

Abteilung Strahlenschutz  
KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH  
des Landes Nordrhein-Westfalen

Der gegenwärtige Stand  
der praktischen Neutronendosimetrie

von

D. Nachtigall

JÜL - 69 - ST

September 1962

Als Manuskript gedruckt





**Berichte der Kernforschungsanlage Jülich – Nr.69**

**Abteilung Strahlenschutz Jül – 69 – ST**

Dok.: NEUTRON DOSIMETRY \* DK 621.386.82  
539.185

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich,  
Jülich, Bundesrepublik Deutschland

Der gegenwärtige Stand  
der praktischen Neutronendosimetrie

von

D. Nachtigall

# Der gegenwärtige Stand der praktischen Neutronendosimetrie

von

D. Nachtigall

## Inhalt:

1. Zusammenfassung
2. Klassifikation der Neutronen
3. Definitionen und Begriffe
4. Das Meßproblem
5. Messung der Dosisleistung thermischer Neutronen
6. Messung der Dosisleistung schneller Neutronen
7. Messung der Dosisleistung mittelschneller Neutronen
8. Ein Dosimeter für thermische, mittelschnelle und schnelle Neutronen

Die vorliegende Arbeit wurde in gekürzter Fassung auf der achten Sitzung des Arbeitskreises der Strahlenschutzphysiker an den Reaktorstationen der deutschsprachigen Länder am 8.6.1962 in Würenlingen/Schweiz vorgetragen.

## 1. Zusammenfassung

Gamma- und Neutronenstrahlung sind die wichtigsten auf die Menschen einwirkenden schädigenden Strahlungen in kerntechnischen Anlagen. Eine Hauptaufgabe des Strahlenschutzpersonals ist die Dosimetrie dieser Strahlungen. Während aber die Dosimetrie der Gammastrahlen einen befriedigenden Stand erreicht hat, ist die praktische Dosimetrie der Neutronen, besonders der schnellen Neutronen, noch mit erheblichen Mängeln behaftet, und eine Verbesserung der Meßtechnik ist dringend wünschenswert. Im folgenden wird über den gegenwärtigen Stand der routinemäßigen Ortsdosismessverfahren berichtet. An Hand der Ergebnisse vergleichender Messungen der Dosen schneller Neutronen mit verschiedenen Geräten und Verfahren wird deren Unzulänglichkeit gezeigt. Abschließend wird ein neues Verfahren zur Dosimetrie der Neutronen vom thermischen Bereich bis zu 7 MeV angegeben.

## 2. Klassifikation der Neutronen

In kerntechnischen Anlagen hat man es im allgemeinen mit 3 Arten von Neutronenquellen zu tun:

1. radioaktive Neutronenquellen
2. Beschleuniger
3. Reaktoren

Die in diesen Quellen erzeugten Neutronen sind zunächst schnelle Neutronen. Durch Wechselwirkung mit der umgebenden Materie verändert sich ein gegebenes Spektrum sehr rasch, so daß man es im Strahlenschutz mit Neutronen im Energiebereich von  $10^{-4}$  bis über  $10^7$  eV zu tun hat. Da die Art der Wechselwirkung der Neutronen stark energieabhängig ist und somit auch in verschiedenen Energiebereichen verschiedene Meßtechniken benötigt werden, teilt man für die Dosimetrie die Neutronen in 4 Gruppen ein:

1. thermische Neutronen:  $E < 0,5$  eV,  
sie stehen im Temperaturgleichgewicht mit der umgebenden Materie und zeigen eine Maxwellverteilung der Geschwindigkeiten. Die wahrscheinlichste Geschwindigkeit bei Zimmertem-



peratur beträgt 2 200 m/s. Das entspricht einer Energie von 0,025 eV.

2. mittelschnelle Neutronen:  $0,5 \text{ eV} \leq E < 20 \text{ keV}$
3. schnelle Neutronen:  $20 \text{ keV} \leq E < 10 \text{ MeV}$
4. relativistische Neutronen:  $E > 10 \text{ MeV}$

Die Grenze zwischen den einzelnen Neutronengruppen sind fließend, so daß diese Einteilung etwas willkürlich ist. Die Grenze zwischen mittelschnellen und schnellen Neutronen wird in der Dosimetrie manchmal auch bei 100 keV, 200 keV oder 500 keV gesetzt. Das hat zum Teil meßtechnische Ursachen, denn es gibt Dosimeter für schnelle Neutronen, die in diesem Bereich erst anzusprechen beginnen, während andere zwischen 20 und 500 keV ihre größte Empfindlichkeit haben.

### 3. Definitionen und Begriffe

#### Flußdichte:

Die Anzahl der Neutronen, die am bestrahlten Ort pro Sekunde durch eine Kugel mit der Querschnittsfläche 1 hindurchtreten. Sie wird in  $\text{n/cm}^2 \text{ s}$  angegeben.

Einheitsflußdichte:  $1 \text{ n/cm}^2 \text{ s}$

#### Wirkungsquerschnitt:

Ein Maß für die Wahrscheinlichkeit der Wechselwirkung eines Neutrons mit einem Atom. Je nach Art der Wechselwirkung unterscheidet man z.B. Einfangquerschnitt ( $\sigma_E$ ) oder Streuquerschnitt ( $\sigma_S$ ). Wirkungsquerschnitte werden in der Dimension  $\text{cm}^2$  angegeben und stellen somit die effektive Querschnittsfläche dar, die ein Atom für die entsprechende Reaktion besitzt. Die Maßeinheit ist das barn.  $1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$ .

#### Ionendosis:

Die Einheit der Ionendosis ist das Röntgen (r). Die Dosis 1 r liegt dann vor, wenn Röntgen- oder Gammastrahlung durch die damit verbundene Korpuskularemission in 0,001293 g Luft ( $1 \text{ cm}^3$  unter Normalbedingungen) Ionen erzeugt, die die Ladung von je 1 elektrostatischer

Ladungseinheit beiderlei Vorzeichens tragen. Die mittlere Ionisierungsenergie für Luft ist 34 eV. Damit kann man berechnen, daß 1 r die Absorption von 87,6 erg/g Luft bedeutet.

#### rep-Einheit:

Bringt man Gewebe an einen Ort, an dem die Ionendosis 1 r herrscht, werden je nach Energie der Röntgen- oder Gammastrahlung zwischen 93 und 98 erg/g Gewebe absorbiert. Daraus leitet sich die Einheit rep ab (roentgen equivalent physical). Sie kann für alle Arten ionisierender Strahlung benutzt werden. Im Gewebe liegt 1 rep dann vor, wenn eine beliebige ionisierende Strahlung dieselbe Energieabsorption erfährt, wie sie bei der Bestrahlung mit Röntgen- oder Gammastrahlung durch 1 r erfolgt. Nach einer älteren Definition setzte man 1 rep = 93 erg/g, jedoch gibt es auch andere Definitionen, so daß diese Einheit nicht eindeutig ist. Sie gilt heute als veraltet und wird allgemein durch die Einheit rad ersetzt.

#### Energiedosis:

Die Einheit der Energiedosis ist das rad. Die Dosis 1 rad liegt dann vor, wenn durch ionisierende Strahlung in einem beliebigen Stoff an der betrachteten Stelle 100 erg/g absorbiert werden.

#### RBW-Dosis:

Die Energiedosis ist noch kein Maß für die biologische Wirkung einer Strahlung. Trotz gleicher Energiedosis kann die biologische Wirkung sehr unterschiedlich sein. Beim Versuch, die biologische Wirkung durch physikalische Vorgänge zu erklären, macht man von der Tatsache Gebrauch, daß sie stark mit der linearen Ionendichte zunimmt. Teilchen mit großer linearer Ionendichte (z.B. Protonen,  $\alpha$ -Teilchen, Rückstoßkerne) und damit großer linearer Energieübertragung (linear energy transfer - LET) haben eine größere biologische Wirkung als Teilchen mit kleiner LET (z.B. Elektronen). Da man die biologische Wirkung nicht absolut messen kann, begnügt man sich mit ihrer Festlegung relativ zu einer 200 keV Röntgenstrahlung. Als relative biologische Wirksamkeit (RBW) gilt der Quotient aus der Energiedosis einer 200 keV Röntgenstrahlung in rad und der Energiedosis der betreffenden Strahlung in rad, die den gleichen biologischen Effekt hervorruft. Die heute gebräuchlichen RBW-Faktoren findet man in Tabelle 1. Die RBW-Dosis wird in rem (roentgen equivalent men) angegeben. Man erhält die Dosis in rem durch Multiplika-

tion der Energiedosis (rad) mit dem entsprechenden RBW-Faktor. Neben der LET wird die biologische Wirksamkeit noch von anderen Faktoren, z.B. von der Dosisleistung und von physikalischen Gegebenheiten beeinflusst. Das rem ist deshalb keine Maßeinheit im physikalischen Sinne, sondern ein auf den Strahlenschutz begrenztes Symbol für den Versuch, biologische Strahlenwirkung physikalisch zu erfassen.

#### First-Collision-Dosiskurve:

Als First-Collision-Dosis (FC-Dosis) bezeichnet man die Energie, die von dem einfallenden Neutron durch seinen ersten Stoßprozeß in unmittelbarer Umgebung des Reaktionsortes pro Gramm Masse abgegeben wird. Sie wird in rad gemessen. Nicht berücksichtigt wird die etwa entstehende Gammastrahlung und die Möglichkeit eines Neutrons, in ausgedehnten Gewebestücken mehrere Stoßprozesse durchzumachen. Für Neutronen der Energie  $E$  läßt sich die First-Collision-Dosis durch folgende Beziehung angeben:

$$D_{FC} = 0,01 \cdot \phi \cdot t \cdot E \cdot \frac{1}{\rho} \cdot \sum_i \sigma_i \cdot N_i \cdot f_i \quad [\text{rad}]$$

$\phi$  = Neutronenflußdichte ( $\text{n/cm}^2 \text{ s}$ )

$t$  = Bestrahlungszeit (s)

$\rho$  = Dichte ( $\text{g/cm}^3$ )

$N_i$  = Zahl der Atome vom Typ  $i$  pro  $\text{cm}^3$  ( $\text{cm}^{-3}$ )

$\sigma_i$  = Wirkungsquerschnitt für Wechselwirkung der Atome vom Typ  $i$  mit Neutronen der Energie  $E$  ( $\text{cm}^2$ )

$E$  = Neutronenenergie (erg)

$f_i$  = mittlerer Bruchteil der Neutronenenergie, der durch die Wechselwirkung auf das Gewebe übertragen wird.

#### Multiple-Collision-Dosiskurve:

Zur Berechnung der gesamten absorbierten Energie legt man ein Phantom, bestehend aus einem Zylinder mit 30 cm Durchmesser aus gewebeäquivalentem Material zugrunde. SNYDER und NEUFELD berechneten



die gesamte maximal absorbierte Energie unter Berücksichtigung von Vielfachstößen sowie die Wirkung von entstehenden Gammaquanten für eine 30 cm dicke und unendlich große Gewebeschicht. Der Verlauf dieser Multiple-Collision-Dosis (MC-Dosis) pro Neutron und  $\text{cm}^2$  in Abhängigkeit von der Neutronenenergie wird in Abb. 1 im Vergleich zur First-Collision-Kurve gezeigt. Oberhalb 0,1 MeV kann man die Multiple-Collision-Werte auch für ein Zylinderphantom verwenden.

#### RBW-Dosiskurve:

Aufgrund der Berechnungen von SNYDER und NEUFELD und mit Berücksichtigung der entsprechenden RBW-Faktoren (Tab. 1) erhält man, wenn man 100 mrem/Woche bei 40 h Arbeitszeit als maximal zulässige Dosisleistung zugrunde legt, die in der letzten Spalte der Tab. 1 stehenden maximal zulässigen Flußdichten. Mit diesen Werten kann man die gesamte RBW-Dosis pro Einheitsflußdichte in Abhängigkeit von der Energie berechnen und erhält die in Abb. 2 dargestellte RBW-Dosiskurve (genauer: die MC-RBW-Dosiskurve).

#### 4. Das Meßproblem

In der Strahlenschutzverordnung sind die maximal zulässigen Dosisleistungen in der RBW-Einheit festgelegt. Für beruflich strahlenexponierte Personen darf die RBW-Dosis 5 rem pro Jahr nicht überschritten werden. Auf die Arbeitswoche aufgeschlüsselt ergibt das 100 mrem pro Woche oder 2,5 mrem/h, die als maximal zulässige Dosisleistungen eingehalten werden sollen. Ziel der Neutronendosimetrie ist deshalb die Ermittlung der vom Körper bei Neutronenbestrahlung empfangenen RBW-Dosis bzw. -Dosisleistung. Diese sind aber wegen der Tiefendosisverteilung innerhalb des Körpers durchaus verschieden. Aus Sicherheitsgründen legt man daher im Strahlenschutz die empfangene Höchstdosis, die bei Neutronenbestrahlung stets in den äußeren Gewebeschichten vorliegt, zugrunde. Die maximal zulässigen Flußdichten in Tab. 1 und die RBW-Dosiskurve in Abb. 2 entsprechen dieser Sicherheitsmaßnahme.

Bei einem idealen Neutronen-Dosismeßgerät hätte die Anzeige eine Energieabhängigkeit, die für alle vorkommenden Neutronenenergien proportional zur RBW-Dosiskurve (Abb. 2) wäre. Neutronenstrahlung tritt in kerntechnischen Anlagen im allgemeinen zusammen mit Gammastrahlung auf.  $\gamma$ -Strahlung hat den RBW-Faktor 1, während für Neutronen (siehe Tab. 1) 3 - 10 angesetzt werden. Deshalb muß ein ideales Neutronen-Dosismeßgerät unempfindlich gegenüber Gammastrahlung sein. Um stets auch alle Streustrahlung zu erfassen, sollte es auch richtungsunabhängig sein. Schließlich wäre noch zu fordern, daß es noch etwa 1/10 der maximal zulässigen Dosisleistung, also etwa 0,25 mrem/h messen kann.

Ein solches Gerät gibt es heute noch nicht!

Am wenigsten konnte bisher die Forderung erfüllt werden, in einem Gerät RBW-Dosisproportionalität über den gesamten Energiebereich zu haben.

In der Praxis mißt man die Neutronendosis im thermischen Bereich und im schnellen Bereich mit verschiedenen Geräten und Meßverfahren. Wegen des Mangels an geeigneten Detektoren wird der Dosisanteil von mittelschnellen Neutronen im allgemeinen nicht oder nur zum Teil mit gemessen.

## 5. Messung der Dosisleistung thermischer Neutronen

Wie Abb. 2 zeigt, wird im thermischen Bereich von jedem Neutron unabhängig von seiner Energie dieselbe RBW-Dosis übertragen. Es genügt deshalb in diesem Bereich eine Neutronenflußdichtemessung zur Bestimmung der Dosisleistung. Das geschieht fast ausschließlich mit Hilfe der  $B^{10} (n, \alpha) Li^7$ -Reaktion, bei der 2,5 MeV frei werden. Als Detektoren benutzt man Ionisationskammern mit borbelegten Wänden und  $BF_3$ -Zählrohre. Alle angewendeten Verfahren sind hinreichend empfindlich und zuverlässig. Flußdichtemessungen mit Folien (In, Au, Ag u.a.) sind für routinemäßige Ortsdosismessungen zu unbequem und zu unempfindlich und werden selten angewendet.

## 6. Messung der Dosisleistung schneller Neutronen

Zur Messung der Dosis oder Dosisleistung schneller Neutronen wendet man im wesentlichen 2 Meßprinzipien an (Abb. 3):

1. die direkte Messung der absorbierten Energie nach dem Bragg-Gray-Prinzip, z.B. mit der gewebeäquivalenten Ionisationskammer (Failla-Kammer) oder mit dem Hurst-Zählrohr,
2. Impulsmessungen, wobei die Energieabhängigkeit der Detektoren möglichst proportional einer der 3 Dosiskurven (Abb. 1 bzw. 2) sein soll.

Außerdem benutzt man die Aktivierung von Schwellenwertdetektoren, Kernspurfilm oder chemische Dosimeter. Diese Methoden sind aber für den praktischen Routinebetrieb der Ortsdosismessung von geringer Bedeutung.

Zum Verständnis des Bragg-Gray-Prinzips denke man sich im bestrahlten Medium einen Gasraum (Ionisationskammer).

Bei der Bestrahlung des Mediums mit Neutronen entstehen geladene Teilchen, welche ionisieren und dabei Sekundärelektronen erzeugen, die ihrerseits wieder ionisieren. Auf diese Weise wird der Hauptteil der eingestrahlten Energie auf das Medium übertragen. Die Ausdehnung des Gasraumes sei klein gegenüber der Reichweite der geladenen Teilchen, so daß diese nur einen kleinen Bruchteil ihrer Energie im Gasraum verlieren. Die im Gasraum absorbierte Primärstrahlung soll außerdem ebenfalls vernachlässigbar gering sein. Die im Gasraum gemessene Ionisierung ist dann ein Maß für die im umgebenden Medium absorbierte Energie. Mathematisch formuliert lautet das Bragg-Gray-Prinzip:

$$E_M = I_G W S_M$$

Dabei ist  $E_M$  die Energie, die auf 1 g des umgebenden Mediums übertragen wird.  $I_G$  ist die meßbare Größe, nämlich die Anzahl der Ionenpaare pro Gramm Gas.  $W$  ist die zur Bildung eines Ionenpaares benötigte Energie.  $S_M$  ist das Verhältnis der Massenbremsvermögen des Mediums und des Gases.

Unter dem Massenbremsvermögen eines Stoffes versteht man den Ausdruck  $\frac{1}{\rho} \frac{dE}{dx}$ , wobei  $E$  die Energie der Sekundärelektronen,  $x$  ihre Weg-



strecke innerhalb des Stoffes ist. Es ist also

$$S_M = \frac{\frac{1}{\rho} \frac{dE}{dx} \text{ Medium}}{\frac{1}{\rho} \frac{dE}{dx} \text{ Gas}}$$

Von der Voraussetzung der Kleinheit des eingeschlossenen Gasraumes kann man sich frei machen, wenn man ein Gas verwendet, das das gleiche Massenbremsvermögen besitzt wie das umgebende Medium.  $S_M$  wird dann gleich 1. Das Bragg-Gray-Prinzip vereinfacht sich zu

$$E_M = I_G W$$

Der gemessene Ionisationsstrom ist also ein Maß für die pro Sekunde absorbierte Energie und damit für die Energiedosisleistung.

Bei gewebeäquivalenten Detektoren sollen möglichst nur die Elemente enthalten sein, die auch im Körpergewebe vorhanden sind. Sie sollen auch im gleichen Mengenverhältnis vorliegen. Beim Einwirken von Strahlung spielen sich dann dieselben Wechselwirkungsvorgänge ab wie bei der Bestrahlung von Körpergewebe, und es wird pro Masseneinheit dieselbe Energie absorbiert. Diese Voraussetzungen sind bei der Failla-Kammer und bei dem Hurst-Zählrohr weitgehend erfüllt.

Wegen der hohen Gammaempfindlichkeit bzw. wegen des großen elektronischen Aufwandes können die Methoden der Energieabsorptionsmessungen (Failla-Kammer, Hurst-Zähler) nicht im Routinebetrieb der Ortsdosismessung angewendet werden. Sie dienen als Standardmethoden für Kalibrierungen.

Für routinemäßige Ortsdosismessungen werden fast ausschließlich Meßgeräte benutzt, deren Meßgröße der Impuls ist. Die Impulshöhe spielt nur insofern eine Rolle, als sie eine Diskriminatorschwelle übersteigen muß, die die von Gammaquanten erzeugten Impulse unterdrückt. Alle hier diskutierten Geräte oder Verfahren dieses Prinzips lassen sich nach den Reaktionen, die die Impulse auslösen, in zwei Gruppen einteilen (Abb. 3):

1. Geräte mit Rückstoßprotonen-Detektoren
2. Geräte mit (n,α)-Detektoren.

Im Rahmen des Anfahrprogrammes des FRJ 1 wurde die Gelegenheit benutzt, eine Reihe von Neutronenmeßgeräten auf ihre Brauchbarkeit hin zu untersuchen. Es wurden folgende Geräte bzw. Meßverfahren benutzt:

1. Nucor E - 1B
2. AEG, ELM 714 LS
3. RCL 20810
4. Eberline FN 1 A
5. Doppelmoderator nach DE PANGHER
6. Long Counter nach HANSON u. McKIBBEN
7. Nuclear Chicago 2112 N
8. Intertechnique DT 10

Die Geräte Nr. 1 bis Nr. 4 gehören der ersten Gruppe, die Geräte Nr. 5 bis Nr. 8 der zweiten Gruppe an.

Das Gerät Nr. 1 hat eine Anzeige, die proportional der First-Collision-Dosisleistung ist (einfaches Rückstoßprotonen-Proportional-Zählrohr nach Hurst). Die Anzeige des Gerätes Nr. 2 ist proportional der RBW-Dosisleistung (Rückstoßprotonen-Proportionalzählrohr FN 2/6 nach DENNIS und LOOSEMORE). Gerät Nr. 3 enthält das Rückstoßprotonen-Zählrohr RCL 10704, Gerät Nr. 4 den Szintillator NE 404. Die Geräte Nr. 5 bis Nr. 7 haben  $\text{BF}_3$ -Zählrohre als Detektoren und das Gerät Nr. 8 einen borhaltigen Szintillator. Die Geräte 2, 3, 4, 5, 7 und 8 hatten wir, wie in der Praxis üblich, vor der Messung mit einer von der PTB geeichten Po-Be-Neutronenquelle in der RBW-Dosisleistungseinheit mrem/h kalibriert. Als mittlere Energie der Po-Be-Neutronen wurde 4,0 MeV angenommen. Dann wurden die Neutronen-Dosisleistungen am 12"-Strahlrohr des FRJ 1 bei 20 W Reaktorleistung und bei offenem und geschlossenem Strahlrohr gemessen. Die Abb. 4 zeigt die Meßergebnisse bei offenem, Abb. 5 bei geschlossenem Strahlrohr.

Man kann aus beiden Abbildungen folgende Ergebnisse entnehmen:

1. Die gemessenen Dosisleistungen schneller Neutronen variieren bei dem offenen Strahlrohr (Abb. 4) zwischen den Werten 145 und 1375 mrem/h, also um den Faktor 9.5.
2. Bei geschlossenem Strahlrohr (Abb. 5) liegen die gemessenen Dosisleistungen schneller Neutronen zwi-

schen 2,2 und 145 mrem/h, ergeben also einen Unterschied um den Faktor 66.

3. In beiden Fällen erkennt man, daß Geräte mit Rückstoßprotonendetektoren (1. Gruppe) weniger anzeigen als Geräte mit  $(n, \alpha)$ -Detektoren (2. Gruppe).

Bei offenem Strahlrohr ergaben Geräte der 1. Gruppe Dosisleistungsangaben  $< 400$  mrem/h, Geräte der 2. Gruppe Dosisleistungsangaben  $> 400$  mrem/h. Bei geschlossenem Strahlrohr lag der Grenzwert bei 20 mrem/h.

Die großen Unterschiede sind äußerst bedenklich, können aber leicht erklärt werden.

Die Detektoren der Geräte der ersten Gruppe sind Detektoren für schnelle Neutronen. Zur Unterdrückung von  $\gamma$ -Impulsen werden in den Geräten Diskriminatorspannungen angewendet, so daß sie im allgemeinen erst ab 100-500 keV Neutronenenergie anzusprechen beginnen. Die Detektoren der Geräte der zweiten Gruppe sind Detektoren für langsame Neutronen. Der Wirkungsquerschnitt beispielsweise für die  $B^{10}(n, \alpha)$ -Reaktion wächst mit abnehmender Neutronenenergie. Damit schnelle Neutronen überhaupt gemessen werden können, werden sie erst durch Moderatoren (Paraffin, Polyäthylen), die den Detektor umgeben, abgebremst. Je nach Wahl der Moderatordicke können die Lage des Maximums der Empfindlichkeit und auch der Verlauf der Energieabhängigkeit der Anzeige variieren. Abb. 6 zeigt als Beispiel die Energieabhängigkeit der Anzeige des Gerätes Nr. 7. Es hat das Maximum seiner Empfindlichkeit in einem Energiebereich, in dem Rückstoßprotonendetektoren noch gar nicht ansprechen. Es ist klar, daß Geräte dieser Art in Neutronenfeldern, die einen großen Anteil an Neutronen im Energiebereich unterhalb der Ansprechschwelle der Rückstoßprotonendetektoren enthalten, vergleichsweise viel höhere Dosisleistungen anzeigen.

Da die beiden gemessenen Spektren eine erheblich größere relative Anzahl von mittelschnellen und langsamen Neutronen ent-



hielten als das zur Kalibrierung benutzte unmoderierte Po-Be-Spektrum, ist das Meßergebnis nicht überraschend.

Die stark abnehmende Empfindlichkeit der Rückstoßprotonen-Detektoren und die zunehmende Empfindlichkeit der  $(n, \alpha)$ -Detektoren bei relativer Zunahme der mittelschnellen und langsamen Neutronen in dem zu messenden Spektrum im Vergleich zum Kalibrierspektrum kann in gewissen Grenzen durch Korrekturfaktoren ausgeglichen werden. Jedoch müssen dabei immer das Spektrum oder die mittlere Neutronenenergie bekannt sein, was meistens nicht der Fall ist. Lediglich beim Doppelmoderator-Verfahren erhält man zugleich mit der Flußdichte und der Dosisleistung einen Wert für die mittlere Neutronenenergie.

Die Anzeige des Gerätes Nr. 1 wurde auf RBW-Dosis umgerechnet. Die Meßergebnisse mit dem Long-Counter wurden mit Hilfe der mit dem Doppelmoderator gemessenen mittleren Neutronenenergien und der RBW-Dosiskurve in mrem/h umgerechnet.

## 7. Messung der Dosisleistung mittelschneller Neutronen

Für mittelschnelle Neutronen gibt es zur Zeit noch keine Meßgeräte, deren Anzeige quantitative Aussagen über die Dosisleistung zuließe, ohne daß das vorliegende Spektrum bekannt wäre. In der Praxis wird die Dosisleistung mittelschneller Neutronen entweder gar nicht gemessen (bei Benutzung von Geräten der Gruppe 1), oder es erfolgt wegen der großen Empfindlichkeit der Detektoren der zweiten Gruppe ( $(n, \alpha)$ -Detektoren) im mittelschnellen Energiebereich eine u.U. starke Überbestimmung der Dosisleistung der schnellen und mittelschnellen Neutronen (Faktor 10 oder mehr).

Diese Unsicherheit ist sehr bedenklich, denn der Dosisanteil mittelschneller Neutronen kann außerhalb einer Reaktorabschirmung in derselben Größenordnung liegen wie der der schnellen Neutronen (D.E. HANKINS, IDO - 16655).

## 8. Ein Dosimeter für thermische, mittelschnelle und schnelle Neutronen

Die in den Abschnitten 6 und 7 aufgeführten Unzulänglichkeiten können durch ein neues Neutronendosimeter überwunden werden, das im thermischen, mittelschnellen und schnellen Neutronenenergiebereich angenähert RBW-dosisproportional anzeigt.

BRAMBLETT, EWING und BONNER (Nucl. Instr. Meth. 2, 1, 1960) bauten einen Szintillationszähler, der in Abb. 7 dargestellt ist. Ein kleiner LiJ-Kristall ( $\text{Li}^6$  zu 96 % angereichert) ist über einen Lichtleiter mit einem Photomultiplier verbunden. Auf dem Meßkopf können kugelförmige Polyäthylenmoderatoren verschiedenen Durchmessers gesetzt werden. Die Ansprechwahrscheinlichkeiten in Abhängigkeit von der Neutronenenergie wurde für Kugeldurchmesser von 2", 3", 5", 8" und 12" sehr sorgfältig gemessen bzw. (im mittelschnellen Bereich) berechnet. Abb. 8 zeigt die resultierenden Kurven.

Wir haben aus diesen Kurven durch Interpolation die Empfindlichkeitskurve, wie sie für einen Moderator mit 10" Durchmesser gelten müßte, berechnet. Sie ist in Abb. 9 eingetragen. Zeichnet man, wie in Abb. 9 geschehen, bei geeigneter Wahl des Maßstabes die RBW-Dosiskurve dazu, dann sieht man, daß ein Bonner-Zähler mit einem 10"-Moderator über den gesamten Energiebereich bis zu etwa 7 MeV dosisproportional anzeigen wird. Lediglich in einem Teil des mittelschnellen Bereiches wird das Gerät zu empfindlich sein, was zu einer Überbestimmung der Gesamtneutronendosis führt. Nach D.E. HANKINS kann der Fehler der Gesamtneutronendosis bis zu 65 % betragen (D.E. HANKINS, private Mitteilung). Wir glauben jedoch, daß er sich durch geringe Änderung der Moderatorstärke und durch Benutzung von Resonanzabsorbern verringern läßt. Wegen seiner Kleinheit ist der Szintillator wenig  $\gamma$ -empfindlich. Außerdem können die  $\gamma$ -Impulse leicht wegdiskriminiert werden. Die Kugelform des Moderators sichert die Richtungsunabhängigkeit. Als batteriebetriebenes Gerät auf fahrbarem Untersatz mit in der Höhe verstellbarem Meßkopf und einem in mrem/h kalibriertem Ratemeter erfüllt es nahezu alle Voraussetzungen, die nach Abschnitt 4 für ein Neutronendosimeter wünschenswert sind.

Im Anschluß an eine Arbeit von D.E. HANKINS (IDO - 16655) kann man mit dem Bonner-Zähler noch weitere Informationen erhalten. Man stelle sich ein Strahlenfeld monoenergetischer schneller Neutronen

vor und messe mit dem Bonner-Zähler mit 3 verschiedenen Moderator-dicken die Zählrate. Man erhält dann drei Zahlenwerte, die in einem ganz bestimmten Verhältnis zueinander stehen, das man eindeutig einer Neutronenenergie zuordnen kann. Hat man ein kontinuierliches Neutronen-Spektrum (z.B. Po-Be-Spektrum), so erhält man auf diese Weise eine bestimmte effektive Neutronenenergie. In Abb. 10 sind am rechten Rand des Diagrammes die prozentualen Zählratenanteile für 3 MeV Neutronenenergie bei Benutzung von 2", 3" und 8"-Moderatoren, wie sie HANKINS gemessen hat, eingetragen. Berechnet man jetzt die Ansprechwahrscheinlichkeit des Zählers für alle drei Moderatorordicken unter der Annahme, daß alle 3 MeV-Neutronen durch Wechselwirkung mit Bremssubstanz vor ihrem Eintritt in die Zähl-anordnung eine  $\frac{1}{E}$ -Verteilung aufweisen, so erhält man die prozentualen Zählratenanteile, die im Diagramm der Abb. 10 am linken Rand eingetragen sind. Für 60 % 3 MeV-Neutronen und 40 %  $\frac{1}{E}$  - Neutronen erhält man prozentuale Zählratenanteile, die durch den Schnittpunkt einer beim Abzissenwert 0,6 errichteten Senkrechten mit den verbindenden Geraden der jeweils zu einer Moderatordicke gehörenden Extremwertpaare gegeben sind usw. Ein Diagramm dieser Art läßt sich für alle interessierenden Energien der schnellen Neutronen aufstellen. Durch Messung der prozentualen Zählratenanteile mit 3 verschiedenen Moderatorordicken erhält man stets ein Zahlen-tripel, das sich nur in ein Diagrammblatt und dort auch nur an einer Stelle in der Weise einzeichnen läßt, daß die Punkte senkrecht untereinander liegen und jeder Punkt auf der zur entsprechenden Moderatordicke gehörenden verbindenden Geraden liegt. HANKINS führt dieses Verfahren mit 2", 3" und 8"-Moderatorkugeln durch. Er erhielt so den Zählratenanteil der schnellen und mittelschnellen sowie die Energie der schnellen Neutronen. Mit einiger Rechnung konnte er auch die Dosisanteile beider Neutronengruppen bestimmen. Das Verfahren läßt sich vereinfachen, wenn man den 10"-Moderator benutzt, also z.B. Messungen mit 2", 3" und 10"-Kugeln durchführt.

In einem gegebenen Neutronenfeld wären dann 4 Messungen durchzuführen:



1. Zählrate mit 2"-Moderator
2. Zählrate mit 3"-Moderator
3. Zählrate mit 10"-Moderator
4. Zählrate mit 10"-Moderator und Cd-Abschirmung.

Damit erhält man

1. Energie der schnellen Neutronen
2. Gesamte Neutronendosis in mrem/h
3. Dosisanteil der schnellen Neutronen
4. Dosisanteil der mittelschnellen Neutronen
5. Dosisanteil der thermischen Neutronen.

Läßt das Zahlentripel in dem entsprechenden Diagrammblatt sich nicht senkrecht untereinander auf den verbindenden Geraden eintragen, so lassen sich daraus Schlüsse über die Abweichung der mittelschnellen Neutronen von der  $\frac{1}{E}$  - Verteilung ziehen.

Meinen Mitarbeitern, den Herren K. Begemann und H. Schüren, danke ich für ihre Mithilfe bei der Durchführung der Messungen.

## L i t e r a t u r h i n w e i s e

### Zusammenfassende Darstellungen

1. Hine, G.J., Brownell G.L.  
Radiation Dosimetry  
Academic Press Inc., New York 1956
2. Whyte G.N.  
Principles of Radiation Dosimetry  
John Wiley and Sons, New York 1959
3. Rajewski, B.  
Wissenschaftliche Grundlagen des Strahlenschutzes  
Verlag G. Braun, Karlsruhe 1957
4. Jaeger, R.G.  
Dosimetrie und Strahlenschutz  
Thieme-Verlag, Stuttgart 1959
5. Price, W.J.  
Nuclear Radiation Detection  
McGraw-Hill Book Company, Inc., New York 1958
6. National Bureau of Standards  
Protection Against Neutron Radiation up to 30 Million Electron Volts  
Handbook 63

### Energieabsorptionsmessungen

7. Rossi, H.H., Failla, G.  
Tissue Equivalent Ionisation Chambers  
Nucleonics 14, Nr.2, 32, 1956
8. Hurst, G.S.  
An Absolute Tissue Dosimeter for Fast Neutrons  
British J. Radiology 27, 353, 1954
9. Wagner, E.B., Hurst, G.S.  
Advances in the Standard Proportional Counter Method of Fast  
Neutron Dosimetry  
Rev. Sci. Instr. 29, 153, 1958

### Impulsmessungen mit Rückstoßprotonen - Detektoren

10. Hurst, G.S., Ritchie, R.H., Wilson, H.N.  
A Count-Rate Method of Measuring Fast Neutron Tissue Dose  
Rev. Sci. Instr. 22, 981, 1951
11. Skjölkebrand, R.  
A. Fast Neutron Scintillation Counter with Tissue Response  
J. Nuclear Energy, 1, 299, 1955
12. Dennis, J., Loosemore, W.R.  
A Fast Neutron Counter for Dosimetry  
AERE EL/R 2149
13. Seagondollar, L.W., Esch, K.A., Cartwright, L.M.  
A Scintillation Detector for Fast Neutrons  
Rev. Sci. Instr. 25, 689, 1954
14. Hornyak, W.F.  
A Fast Neutron Detector  
Rev. Sci. Instr. 23, 264, 1952
15. Emmerich, W.S.  
A Fast Neutron Scintillator  
Rev. Sci. Instr. 25, 69, 1954

### Impulsmessungen mit (n, $\alpha$ )-Detektoren

16. Hanson, A.O., McKibben, J.L.  
A Neutron Detector Having Uniform Sensitivity from 10 keV to 3 MeV  
Phys. Rev. 72, 673, 1947
17. De Pangher  
Double Moderator Neutron Dosimeter  
Nucl. Instr. Meth. 5, 61, 1959
18. Pohlitz, W., Pohlitz, H  
Strahlenschutzmessungen in gemischten Neutronenfeldern mit  
Paraffinmoderatoren  
Nukleonik 2, 175, 1960
19. Spear, W.G.  
A Slow and Fast Neutron Scintillation Count-Rate and Dose-Rate Meter  
HW - 56378, 1958



Tabelle 1

RBW-Faktoren und maximal zulässige Flußdichten für Neutronen

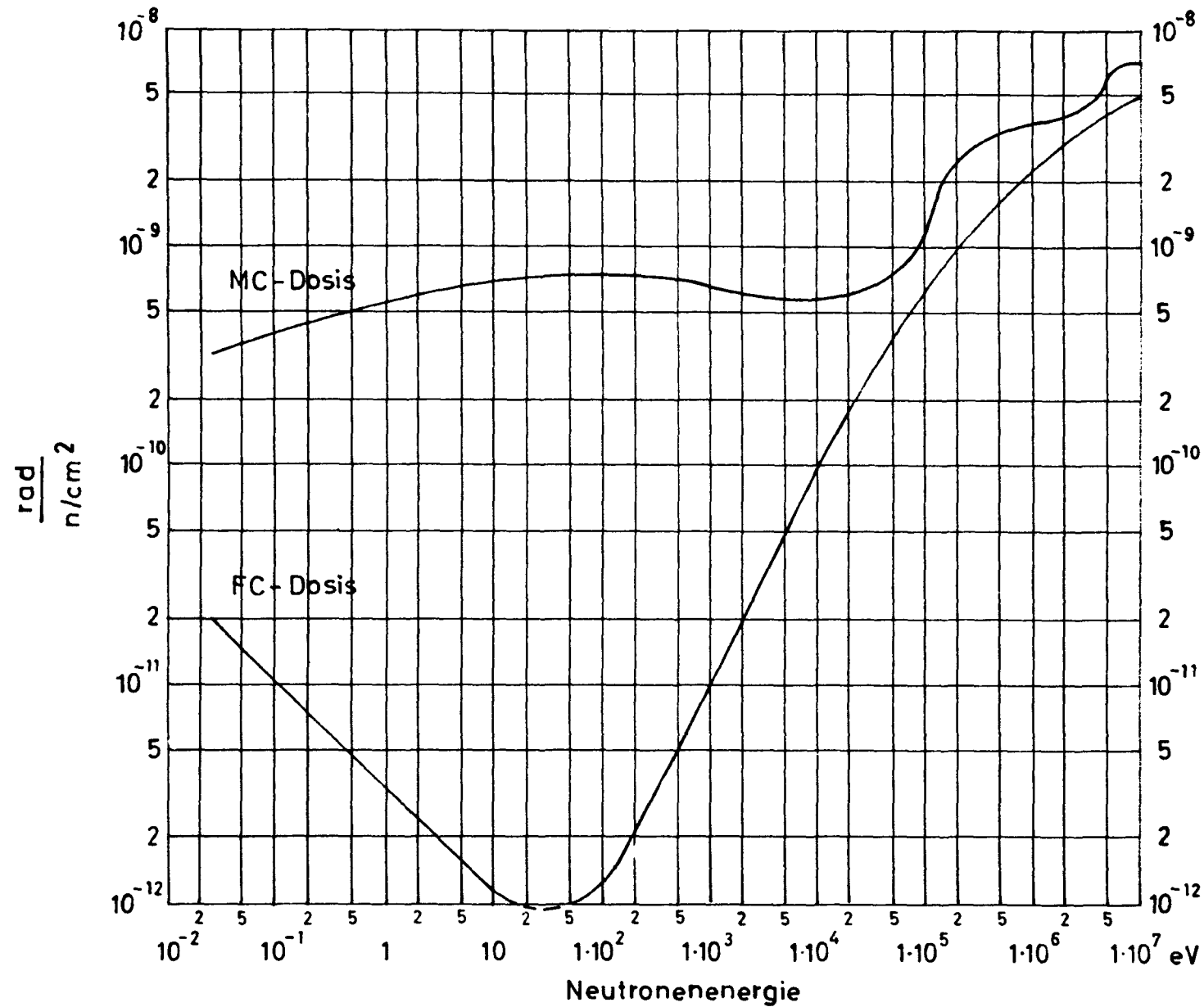
Neutronenenergie MeV	RBW	Flußdichte für 100 mrem bei 40 h/Woche $\text{n cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$
Thermische Neutronen	3	670
0.0001	2	500
.005	2.5	570
.02	5	280
.1	8	80
.5	10	30
1.0	10.5	18
2.5	8	20
5.0	7	18
7.5	7	17
10	6.5	17
10 bis 30		10

aus NBS, Handbook 63, S. 15

# First - Collision - und Multiple - Collision - Dosis

nach W.S.Snyder u. C. Neufeld, Rad. Res. 6 (1), 67, 1957

W.S.Snyder, Health Physics 1, 51-55, 1958



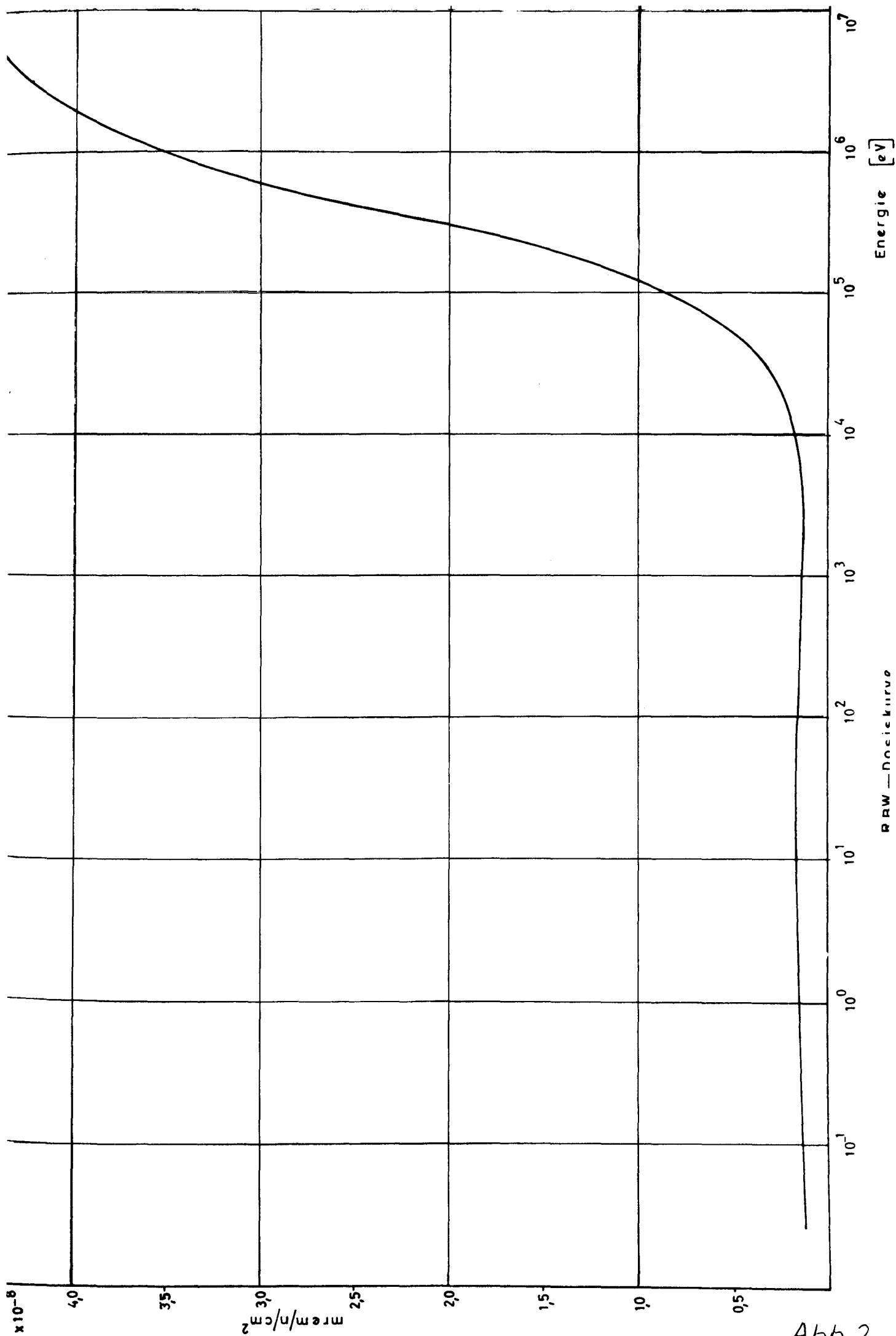


Abb. 2

# Dosimetrie schneller Neutronen

## Energieabsorptionsmessungen

### Bragg - Gray - Prinzip

Gewebeäquivalente  
Ionisationskammer  
(Failla)

Hurst - Zähler

## Impulsmessungen

### Rückstoßprotonen- Detektoren

Anzeige bei richtiger  
Diskriminierung  
dosisproportional

einfaches  
Rückstoßzählrohr  
nach Hurst(FC-Dosis)

Szintillationszähler  
nach Skjölkebrand  
(MC - Dosis)

Rückstoßzählrohr  
nach Dennis und  
Loosemore  
(RBW - Dosis)

Anzeige nicht  
dosisproportional

Rückstoßzählrohr  
R C L 10 704

Szintillator NE 404  
u.a.

### Detektoren mit(n, $\alpha$ )-Reaktion

Anzeige  
dosisproportional

NE-400-Szintillator  
mit Paraffinkugel  
nach Spear  
(MC - Dosis)

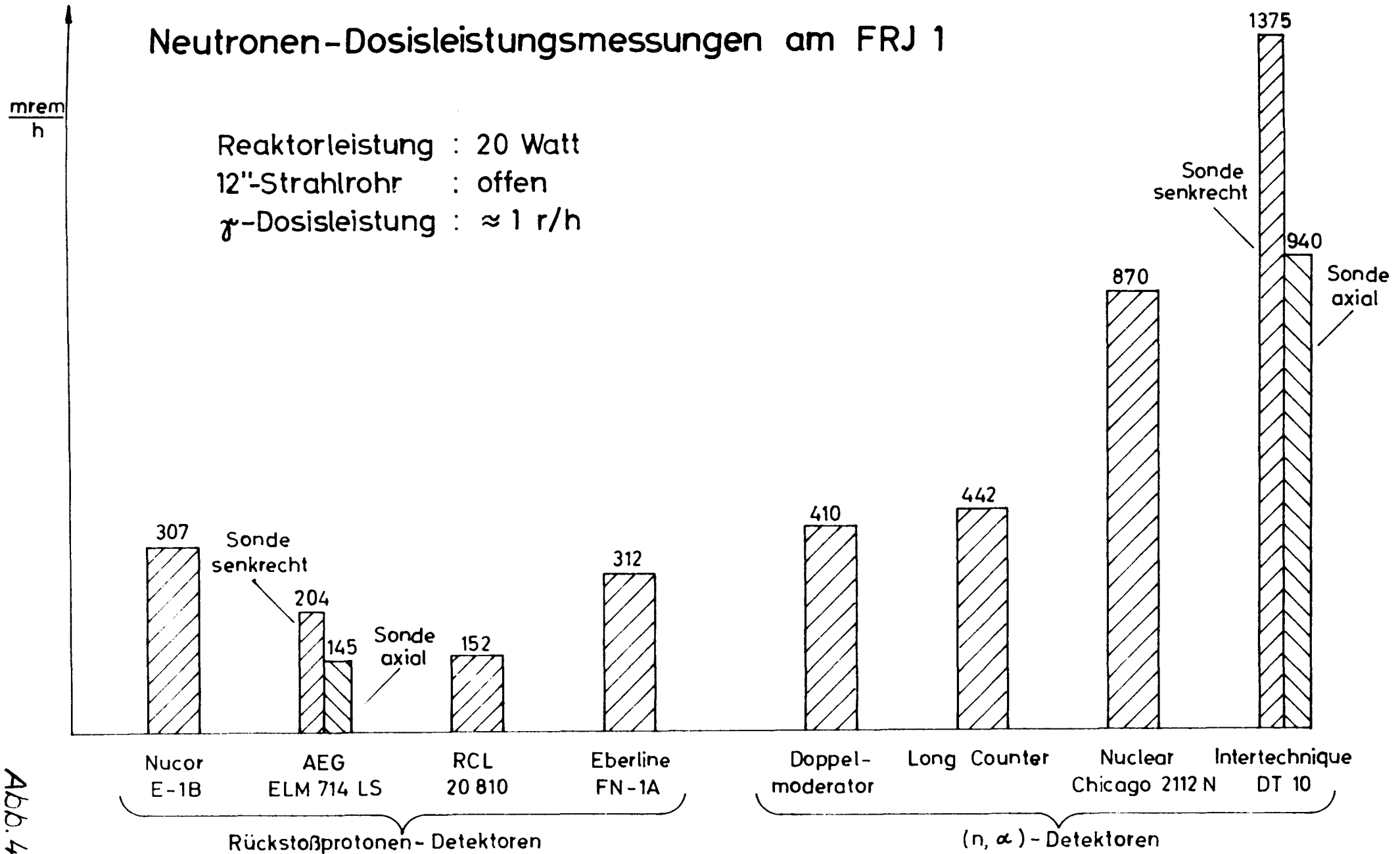
Bonner - Zähler  
(LiJ - Kristall)  
mit 10"-Polyäthylen-  
Kugel (RBW-Dosis)

Anzeige nicht  
dosisproportional

BF<sub>3</sub>-Zählrohre  
und Bor- und  
Li-Szintillatoren  
mit Moderatormantel

Meßprinzipien der Neutronendosimetrie

# Neutronen-Dosisleistungsmessungen am FRJ 1



# Neutronen-Dosisleistungsmessungen am FRJ 1

$\frac{\text{mrem}}{\text{h}}$

Reaktorleistung : 20 Watt  
 12"-Strahlrohr : geschlossen  
 $\gamma$ -Dosisleistung :  $\approx 2 \text{ mr/h}$

Sonde senkrecht      Sonde axial

12,8



Nucor  
E-1B

11,5



AEG  
ELM 714 LS

7,3



2,2



RCL  
20 810

5,5



Eberline  
FN-1A

35



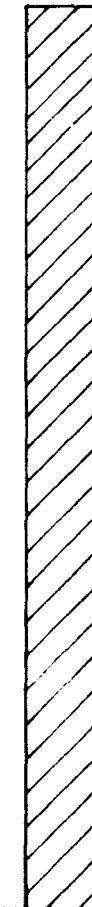
Doppel-  
moderator

25,4



Long Counter

117



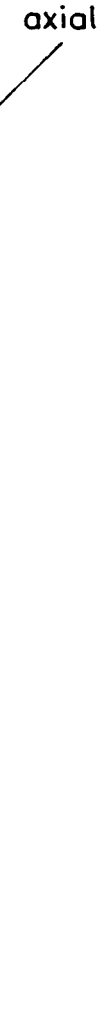
Nuclear  
Chicago 2112 N

145



Inter technique  
DT 10

133

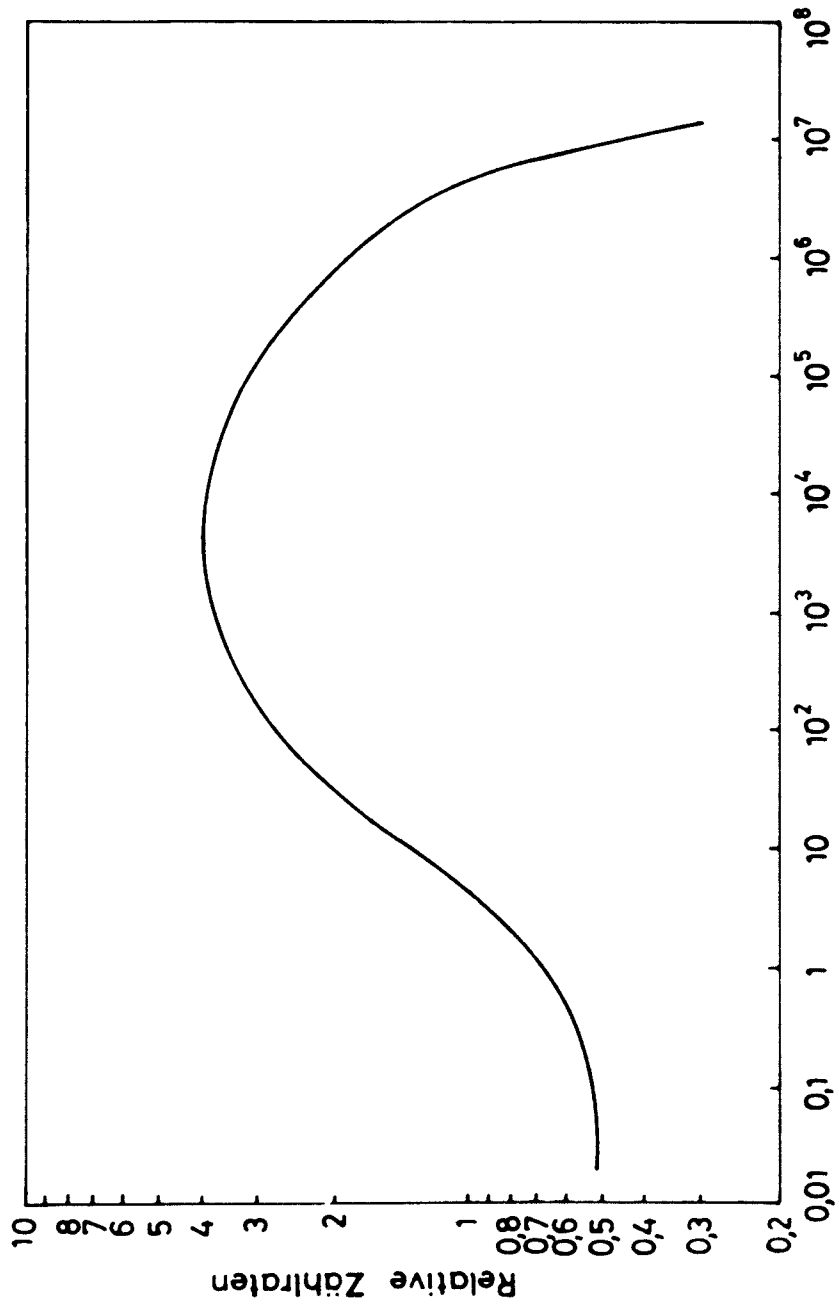


Sonde axial

Rückstoßprotonen - Detektoren

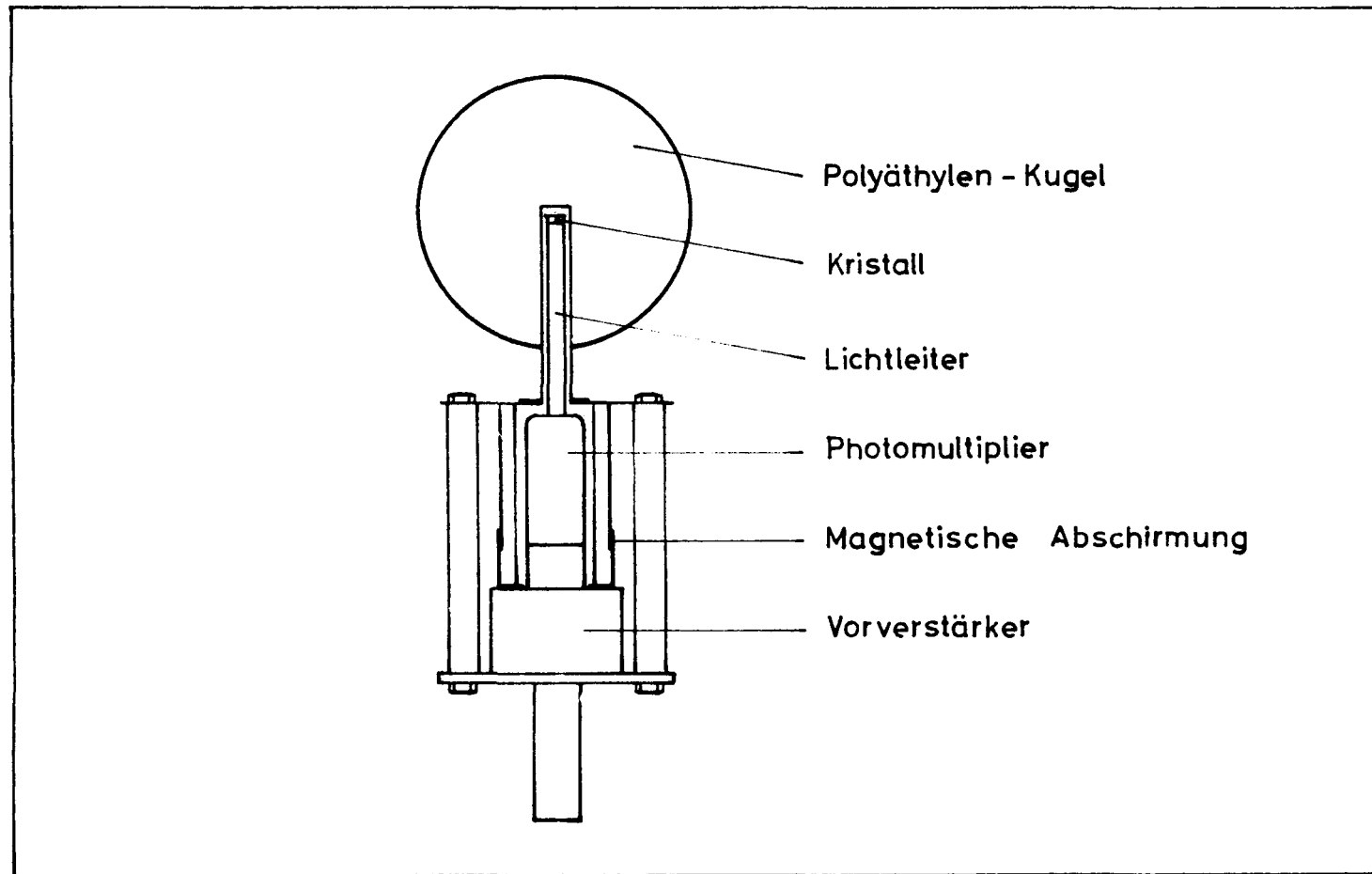
(n,  $\alpha$ ) - Detektoren



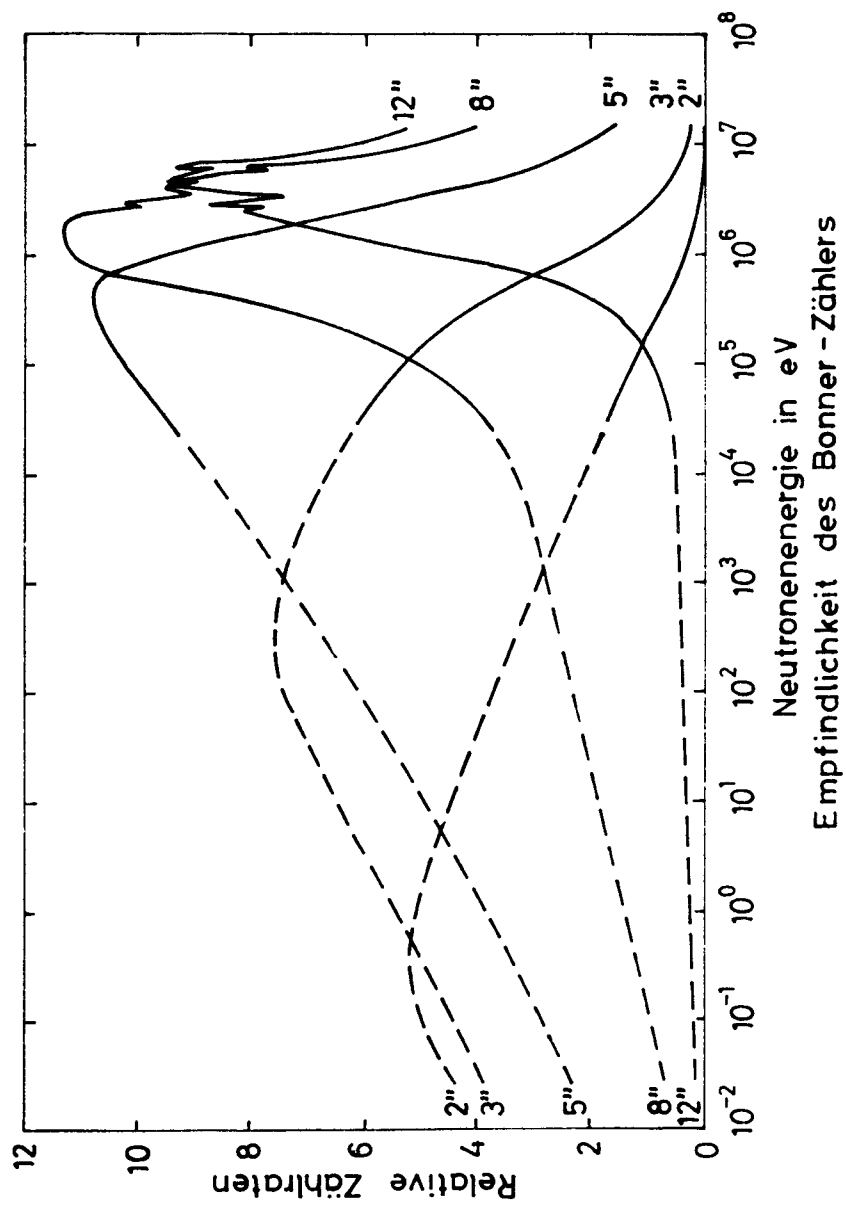


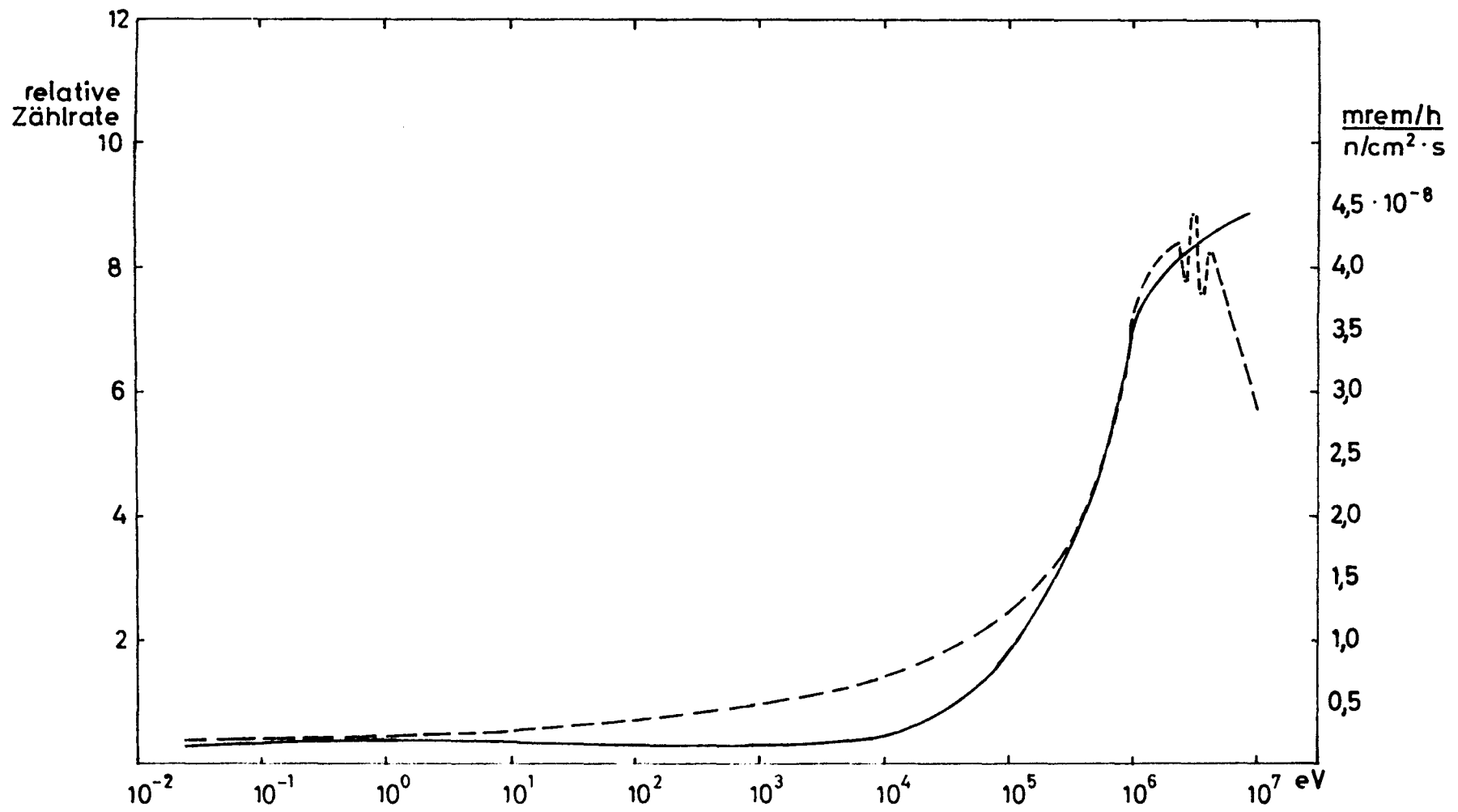
Neutronenenergie in eV

Empfindlichkeit der Sonde des Gerätes Nuclear Chicago 2112 N



Neutronenzähler nach Bonner





RBW - Dosiskurve (—) und interpolierte Empfindlichkeitskurve (---) für den Bonner - Zähler mit 10" - Moderator

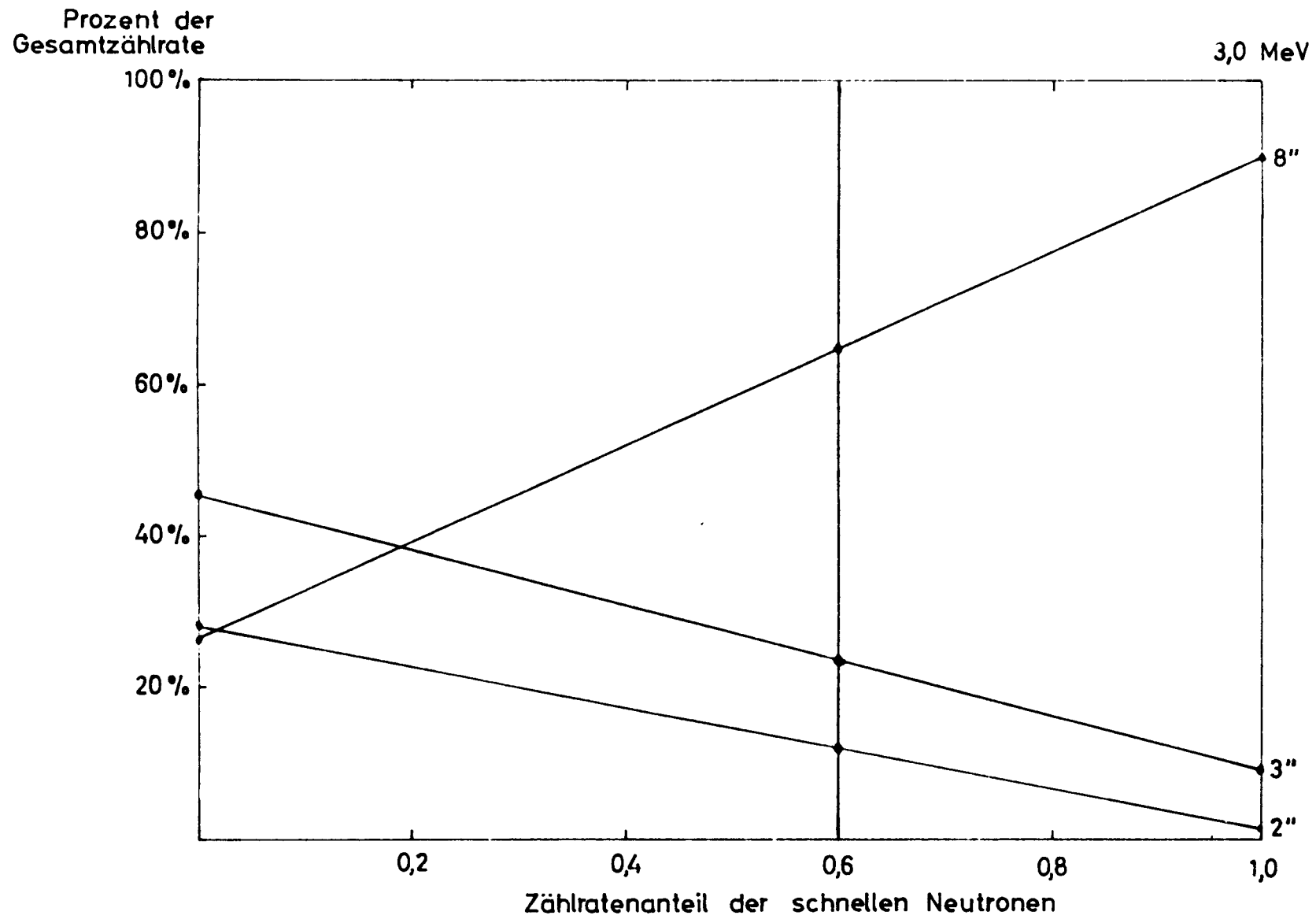


Abb. 10